

SIMULACIÓN DEL TRANSITORIO POR DISPARO DE TURBINA EN C. N. PEACH-BOTTOM CON LOS CÓDIGOS ACOPLADOS TRAC-BF1/PARCSv2.7

A. Jambrina¹, T. Barrachina¹, R. Miró¹, G. Verdú¹, A. Concejal², J. Melara²

¹Instituto de Seguridad Nuclear, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM)

Universitat Politècnica de València - UPV

Camí de Vera s/n, 46021 Valencia

²Iberdrola Ingeniería y Construcción S.A.U.

Av. Manoteras, 20. Edificio C. 28050 Madrid

ajambrina@iqn.upv.es, tbarrachina@iqn.upv.es, rmiro@iqn.upv.es, gverdu@iqn.upv.es,
acbe@iberdrola.es, jls@iberdrola.es

SINOPSIS

El desarrollo y uso de códigos acoplados para el análisis de seguridad nuclear se ha extendido en los últimos años. En este contexto se enmarca el acoplamiento del código TRAC-BF1 con el código PARCSv2.7. La validación y demostración de las capacidades de los códigos acoplados en la simulación de transitorios base de diseño se lleva a cabo mediante la reproducción de eventos definidos en los diferentes benchmarks.

El objetivo de este trabajo es la validación del acoplamiento llevado a cabo entre el código termohidráulico TRAC-BF1 y el código neutrónico PARCSv2.7. Para ello se simula el transitorio por disparo de turbina en C. N. Peach Bottom definido en el benchmark de la NEA PBTT2 con los códigos acoplados TRAC-BF1/PARCSv2.7

El transitorio elegido para la validación del acoplamiento se corresponde con el Ejercicio 3, Escenario Extremo 2. En este escenario se considera que se produce disparo de turbina sin SCRAM en el reactor. Esto permite comprobar que la posición de las barras de control durante el movimiento de inserción se transfiere de TRAC-BF1 a PARCS correctamente.

Las secciones eficaces se han obtenido aplicando la metodología SIMTAB, desarrollada por la UPV en colaboración con Iberdrola Ingeniería.

Los resultados obtenidos de la simulación del código acoplado 3D TRAC-BF1/PARCS se comparan con los datos del propio benchmark, con el código SIMULATE3, código de referencia, con el código TRAC-BF1 empleando cinética 1D, así como con el código acoplado 3D TRAC-BF1/NEM.

1. INTRODUCCIÓN

El interés que tiene el acoplamiento de códigos termohidráulicos y neutrónicos para una representación realista del comportamiento del núcleo del reactor o la planta completa se ha visto reflejado en el desarrollo de varios ejercicios internacionales de intercomparación de códigos (*benchmarks*) dirigidos por la Agencia de Energía Nuclear (NEA) de la Organización para la Cooperación Económica y el Desarrollo (OECD). Para un reactor BWR el ejercicio más destacado es el disparo de turbina. Este ejercicio utiliza un modelo neutrónico tridimensional y modelos termohidráulicos de núcleo y planta basados en el diseño real y los datos medidos en la central nuclear de Peach Bottom—unidad 2 en el estado de Pensilvania, EE.UU.

Las modificaciones introducidas sobre los códigos termohidráulico TRAC-BF1 [1] y neutrónico 3D PARCSv2.7 [2] a fin de llevar a cabo el acoplamiento de los mismos se han

cualificado mediante el análisis del TT2 de PB2 (Ejercicio 3, Ejercicio Extremo 2: disparo de turbina sin SCRAM en el reactor)

2. DESCRIPCIÓN DEL MODELO TERMOHIDRÁULICO-NEUTRÓNICO

2.1. Transitorio por disparo de turbina (TT) de Peach-Bottom

Un transitorio por disparo de turbina (*Turbine Trip*, TT) en un reactor BWR es considerado uno de los eventos más complejos para ser analizados, ya que implica al núcleo del reactor, una alta presión del refrigerante, asociado a unas complejas interacciones con válvulas y tuberías con variables que cambian muy rápidamente. El test de PB2 TT2 comienza con un cierre repentino de la válvula de parada de la turbina (TSV) y, a continuación, la válvula de *bypass* de la turbina comienza a abrirse. Desde el punto de vista de fenómenos de flujo de fluidos, las ondas de presión y flujo desempeñan un papel importante durante la fase inicial del transitorio (de aproximadamente 1,5 segundos) debido a que una acción rápida de la válvula causa ondas sónicas, así como ondas secundarias, generadas en la vasija a presión. Las oscilaciones de la presión generada en la tubería de vapor principal se propagan con una atenuación relativamente pequeña en el núcleo del reactor. Los resultados inducidos por las oscilaciones de presión son cambios en la distribución de fracción de huecos y en el flujo del fluido. La magnitud del flujo de neutrones transitoria que tiene lugar en el núcleo del BWR se ve afectada por la velocidad inicial del incremento de presión causada por la oscilación de la presión y sufre una variación espacial. La simulación de la respuesta de la potencia para el pulso de presión y consiguiente colapsamiento de huecos requiere un modelado 3D del núcleo complementado por una simulación 1D del resto del sistema de refrigeración del reactor.

El diseño de referencia para un BWR se deriva de los datos reales, datos de planta y operación de la central nuclear de Peach Bottom –unidad 2 y se basan en la información proveniente de los informes de EPRI (Carmichael, 1978; Hornyik, 1979; Larsen, 1978; Moberg, 1981) y algunas otras fuentes como el informe de PECO Energy Topical (Olson, 1988), los cuales se recopilan en los documentos del *benchmark* de *Peach-Bottom* realizado por la NEA [3].

Los ejercicios anteriores de este *benchmark*, Ejercicio 1 y Ejercicio 2, ofrecen la oportunidad de inicializar el núcleo y modelar los sistemas, así como testear las capacidades del código a la hora de simular un fenómeno con relevancia termohidráulica-neutrónica. La potencia medida del núcleo ha sido utilizada como una condición de contorno en el primer ejercicio, y tan sólo se han realizado cálculos de núcleo empleando unas determinadas condiciones de contorno en el segundo ejercicio. El Ejercicio 3, combina elementos de los dos primeros ejercicios del *benchmark* y provee de un análisis de transitorio en su totalidad.

2.2. Descripción del Ejercicio 3

El Ejercicio 3 [4] consiste en un caso base (llamado caso de mejor estimación, *best-estimate case*) y unos casos hipotéticos (llamados escenarios extremos, *extreme scenarios*). El propósito del caso *best-estimate* del Ejercicio 3 es proporcionar una evaluación completa de los códigos empleados en los análisis de transitorios, donde intervenga un acoplamiento 3D del núcleo y cálculos de sistemas. Además del caso base, el análisis de los escenarios extremos proporciona una visión adicional del comportamiento del reactor, que es el resultado de un acoplamiento dinámico de todo el sistema, es decir, la interacción entre la línea de vapor y los flujos por la vasija, la presión, la temperatura Doppler, la reactividad de la fracción

de huecos y de control, así como la potencia. Los escenarios extremos analizados son los siguientes:

- Escenario Extremo 1: disparo de turbina (TT) con fallo en el sistema de alivio de vapor en *bypass*.
- Escenario Extremo 2: disparo de turbina (TT) sin SCRAM en el reactor.
- Escenario Extremo 3: disparo de turbina (TT) con fallo en el sistema de alivio de vapor en *bypass* y sin SCRAM en el reactor.
- Escenario Extremo 4: escenario combinado, disparo de turbina (TT) con fallo en el sistema de alivio de vapor en *bypass*, sin SCRAM en el reactor y son apertura de las válvulas de seguridad de alivio.

Los elementos clave del Ejercicio 3 se muestran en la Figura 1, a través de un esquema sencillo de un reactor BWR. El Escenario Extremo 1 (disparo de turbina sin apertura del sistema de alivio de *bypass*) y el Escenario Extremo 2 (disparo de turbina sin SCRAM) se pueden considerar como fallos individuales y, por tanto, proporcionan información desde la perspectiva de la seguridad de la planta. El Ejercicio Extremo 3 (combinación del 1 y el 2), el cual considera la coincidencia de dos fallos independientes y el Escenario Extremo 4 (que adicionalmente al caso 3, no se produce la apretura de las válvulas de seguridad), que considera la coincidencia de tres fallos independientes, son poco probables desde el punto de vista de la seguridad, aunque ayudan a la comprensión de la dinámica en un corto período de tiempo de los sistemas del reactor. Por lo tanto, el Escenario Extremo 4, ofrece una comparación clara de los modelos físicos de los códigos.

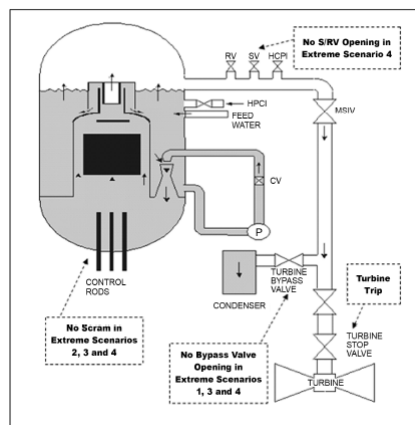


Figura 1. Elementos clave del Ejercicio 3 para el caso *best-estimate* y los escenarios extremos.

2.3. Descripción del modelo

PB2 es un diseño de GE para un BWR/4 con una potencia térmica nominal de 3293 MW, un caudal nominal del núcleo de 12915 kg/s, un caudal de vapor nominal de 1685 kg/s, y una presión de entrada a la turbina de 6,65 MPa.

El modelo termohidráulico empleado por el código TRAC-BF1 es el que se muestra en las Figuras 2 y 3.

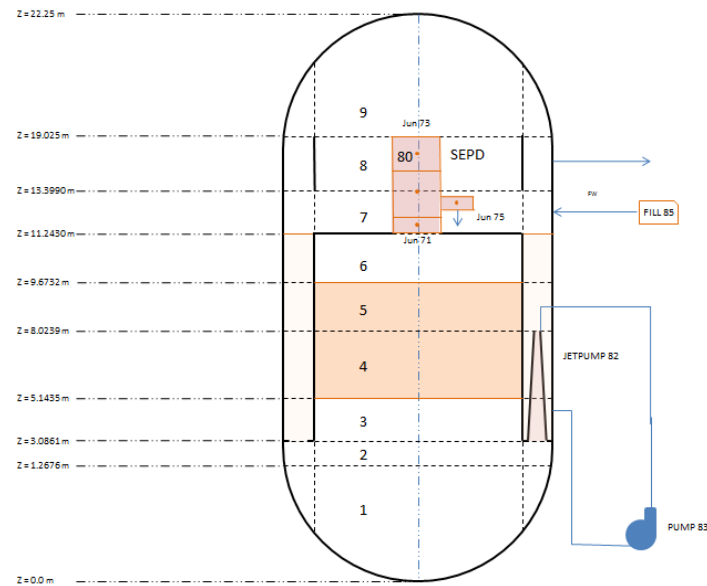


Figura 2. Esquema de la vasija, así como de sus componentes internos.

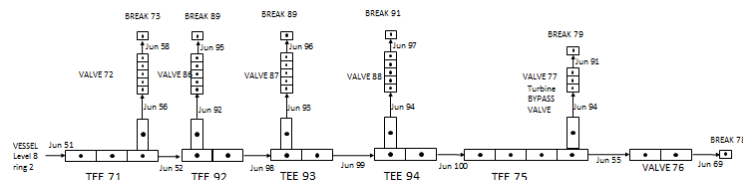


Figura 3. Esquema de la línea de vapor.

El modelo neutrónico desarrollado consiste en un núcleo multicanal, constituido por 33 canales que representan los 764 elementos combustibles. En el plano radial, el núcleo se divide en celdas de 15,24 cm de ancho, cada una de las cuales se corresponde a un elemento combustible, además de un reflector radial de la misma anchura. Axialmente, el núcleo del reactor está dividido en 26 niveles (24 niveles de núcleo además de los reflectores inferior y superior) con una altura constante de 15,24 cm (incluyendo los nodos de reflector). La altura total del núcleo activo es de 365,76 cm. Las 185 barras de control proporcionan el control de la reactividad; las cuales se agrupan en 8 bancos de acuerdo a su posición de inserción inicial. Las Figura 4 se muestra el mapa radial de elementos combustibles y la distribución de bancos de barras de control, respectivamente.

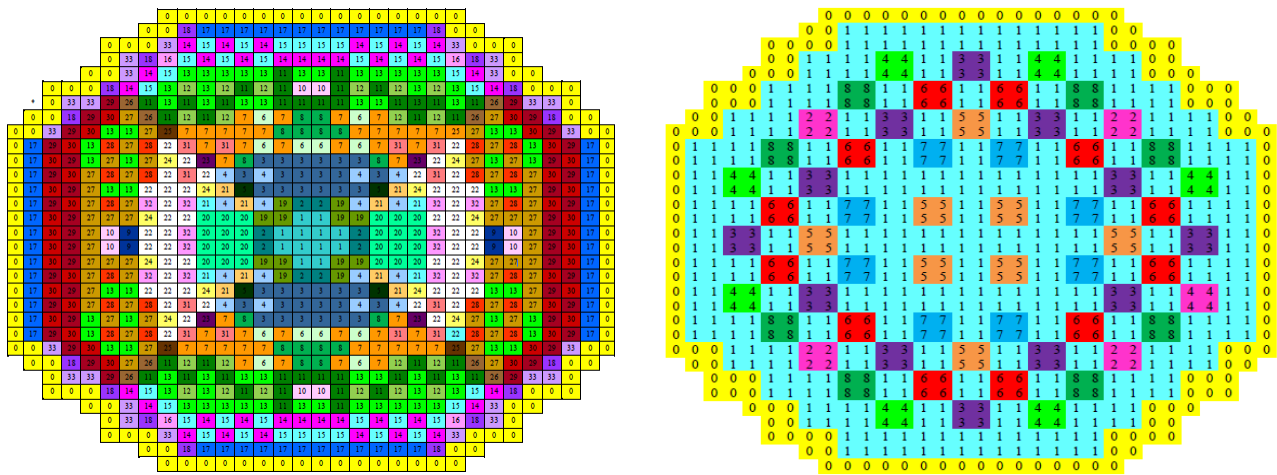


Figura 4. Mapa radial de elementos combustibles y distribución de bancos de barras .de control.

Las condiciones termohidráulicas de partida a partir de las cuales se inicia el transitorio se resumen en la Tabla 1, a su vez, la Figuras 5 muestra la posición de inserción de las barras de control y la distribución de potencia relativa axial que determinan la simulación del transitorio.

Tabla 1. Condiciones termohidráulicas iniciales del transitorio.

Potencia térmica del núcleo, MW	2030
Nivel de potencia inicial, %	61,6
Potencia total, MW _e	625,1
Caudal de agua de alimentación, kg/s	980,26
Presión en el reactor, Pa	6798470,0
Caudal total por el núcleo, kg/s	10445,0
Entalpía de entrada, J/kg	48005,291
Temperatura del agua de alimentación, K	442,31
Caída de presión en el núcleo, Pa	113560,7
Caudal por la bomba de inyección a chorro, kg/s	2871,24
Calidad de salida media en el núcleo, fracción	0,097
Fracción de huecos media en el núcleo, fracción	0,304
Densidad de potencia media en el núcleo, kW/I	31,28

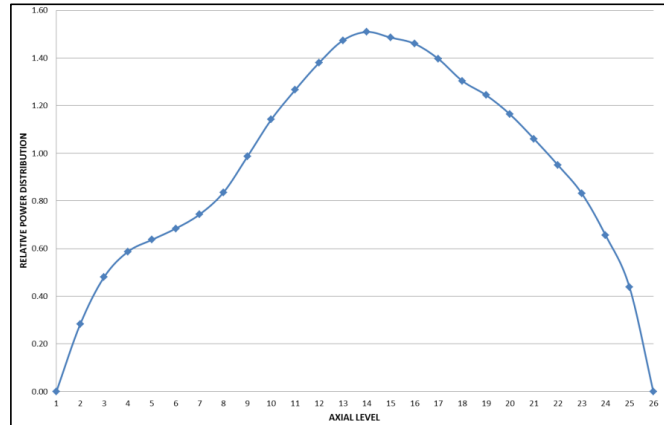
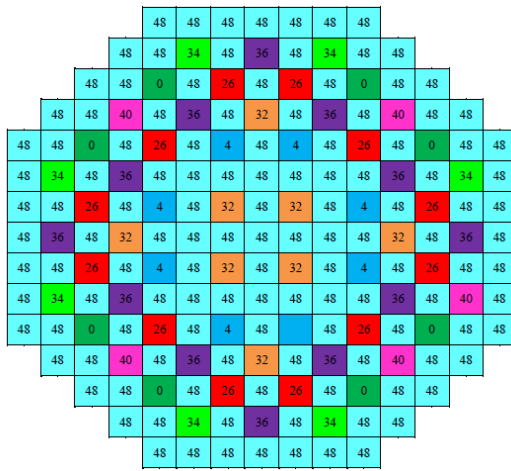


Figura 5. Posición de los bancos de barras de control y potencia relativa axial iniciales del núcleo.

2.4. Metodología de cálculo del código acoplado TRAC-BF1/PARCSv2.7

El proceso que se debe seguir para la correcta simulación de transitorios con el código acoplado TRAC-BF1/PARCS es el siguiente (tal y como se muestra en la Figura 2):

1. Obtener los ficheros *nemtab* y *nemtabr* de secciones eficaces para PARCS: Metodología SIMTAB [5]
2. Obtener los ficheros de condiciones de contorno de SIMULATE-3 [6] para ejecutar PARCSv2.7 sin acoplar
3. Ejecutar estado estacionario con PARCSv2.7
4. Ejecutar TRAC-BF1 con potencia constante para obtener las condiciones iniciales mediante un *extract* para el posterior calculo acoplado
5. Ejecutar estado estacionario acoplado TRAC-BF1/PARCSv2.7.
6. Ejecutar el transitorio acoplado TRAC-BF1/PARCSv2.7.

Para proceder con la simulación del caso acoplado se utiliza la PVM [7] (*Parallel Virtual Machine*), una herramienta diseñada para solucionar una gran cantidad de problemas asociados con la programación paralela. Esta crea una abstracción, la máquina virtual, utilizando los recursos computacionales libres que se ponen a disposición de la biblioteca PVM, reduciendo así el tiempo de computación.

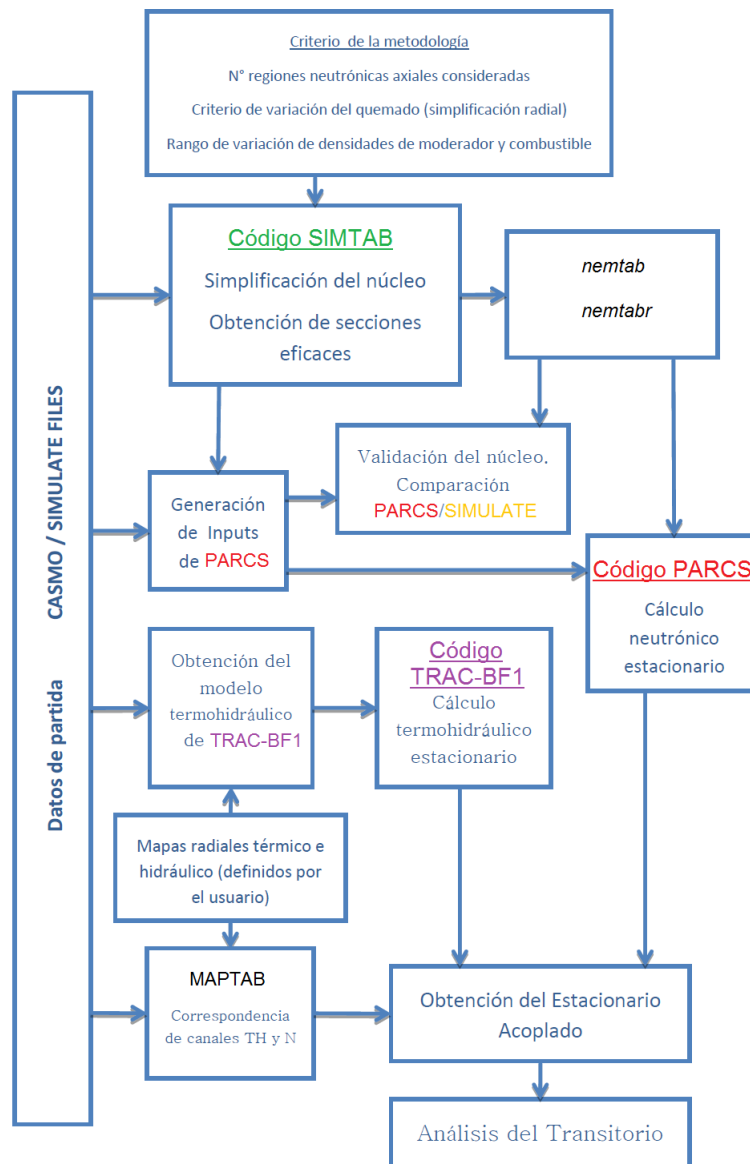


Figura 6. Metodología de cálculo para el código acoplado TRAC-BF1/PARCSv2.7.

3. RESULTADOS

Los cálculos que se han realizado para el TT2 son los relativos al Ejercicio 3, Escenario Extremo 2: disparo de turbina (TT) sin SCRAM en el reactor.

Los resultados obtenidos de la simulación con el código acoplado van a ser evaluados con respecto a:

Estado Estacionario: SIMULATE-3, PARCS (*stand-alone*), TRAC-BF1 (cinética 1D) y TRAC-BF1/NEM.

Análisis de Transitorio: TRAC-BF1 (cinética 1D), TRAC-BF1/NEM y resultados del *benchmark*.

3.1. Estado Estacionario

En primer lugar, se realiza la comparación entre PARCS y SIMULATE-3, la cual se lleva a cabo con el fin de comprobar que el número de composiciones neutrónicas y los rangos de temperatura del fuel y densidad del moderador son adecuados para este caso.

En la Tabla 2 se muestran los valores de la constante de multiplicación efectiva k_{eff} de SIMULATE-3 y PARCSv2.7.

Tabla 2. Comparación de la constante de multiplicación entre SIMULATE-3 y PARCSv2.7

k_{eff} SIMULATE-3	k_{eff} PARCSv2.7	Error absoluto respecto SIMULATE-3 (pcm)
0,99473	0,994542	18.8

El valor RMS del error en el perfil axial de potencia PARCSv2.7 y el código de referencia es de 3,21%.

La Figura 7 muestra la distribución axial de potencia obtenida en SIMULATE-3 y PARCSv2.7.

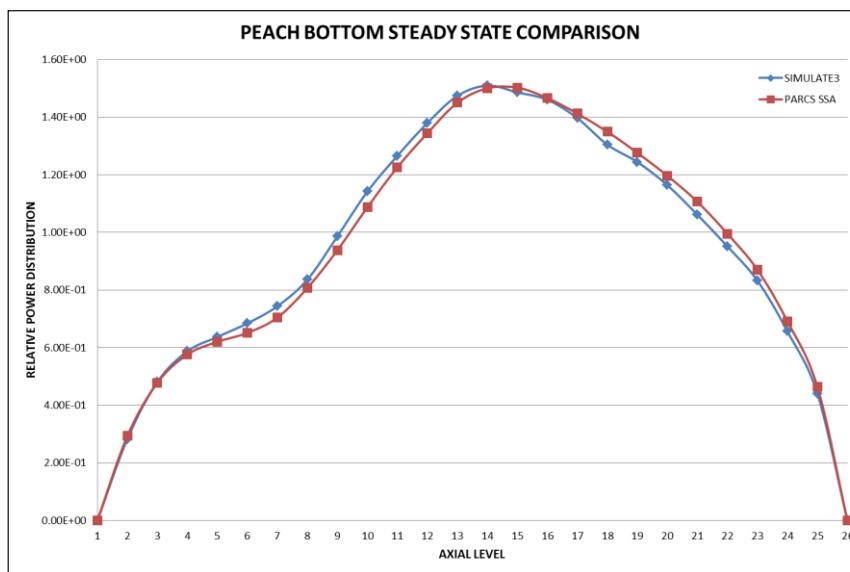


Figura 7. Distribución axial de potencia SIMULATE-3 y PARCSv2.7.

Con todo ello se puede concluir que el número de composiciones neutrónicas y los rangos de temperatura de fuel y temperatura del moderador son los adecuados para este caso.

Para ajustar el modelo de TRAC-BF1 se ejecuta en modo *stand-alone* empleando una cinética 1D. La Figura 8 muestra la distribución de potencia relativa axial obtenida mediante la ejecución de TRAC-BF1 y SIMULATE-3.

El valor RMS del error en el perfil axial de potencia entre TRAC-BF1 y el código de referencia es de 2,21%.

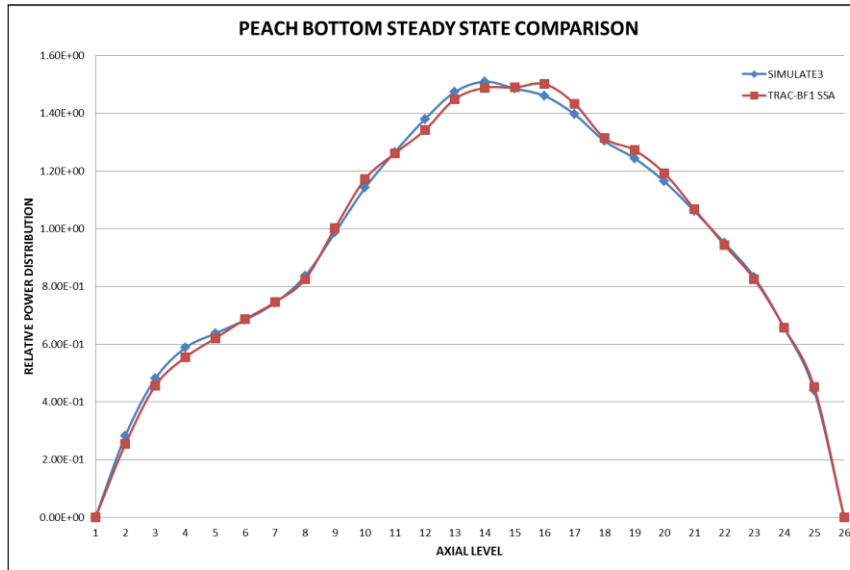


Figura 8. Distribución axial de potencia SIMULATE-3 y TRAC-BF1.

La simulación con TRAC-BF1 se lleva a cabo con cinética 1D cuyos parámetros se han obtenido teniendo en consideración la diferencia de termohidráulica existente entre ambos códigos, empleando la Metodología SIMTAB de colapsamiento de secciones eficaces, con el objetivo de ajustar el perfil axial de potencia de SIMULATE-3.

Una vez cualificados los modelos neutrónico y termohidráulico a través de las simulaciones en modo *stand-alone* para los códigos TRAC-BF1 y PARCSv2.7 en estado estacionario, se realiza la simulación con el código acoplado TRAC-BF1/PARCSv2.7.

En este caso, se evalúa la constante de multiplicación (k_{eff}), así como los perfiles de potencia axial y radial con respecto a SIMULATE-3 y TRAC-BF1/NEM; así como los tiempos de simulación.

En la Tabla 2 se muestran los valores de la constante de multiplicación efectiva k_{eff} obtenida de SIMULATE-3 así como con los códigos acoplados TRAC-BF1/PARCSv2.7 y TRAC-BF1/NEM.

Tabla 3. Comparación de la constante de multiplicación entre SIMULATE-3 y los códigos acoplados TRAC-BF1/PARCS v2.7 y TRAC-BF1/NEM.

	SIMULATE-3	TRAC-BF1/PARCSv2.7	TRAC-BF1/NEM
k_{eff}	0,99473	0,988555	0,989731
E_{abs} (pcm)	-	617,5	499,9

Los valores de RMS del error en el perfil axial de potencia entre las simulaciones con los códigos acoplados TRAC-BF1/PARCSv2.7 y TRAC-BF1/NEM y el código de referencia son 10,10% y 9,91%, respectivamente.

La Figura 9 muestra una comparativa de los perfiles de los códigos acoplados. La Figura 10 por su parte, muestra la distribución de potencia axial obtenida para ambos códigos acoplados (TRAC-BF1/PARCSv2.7, TRAC-BF1/NEM) en relación con SIMULATE-3.

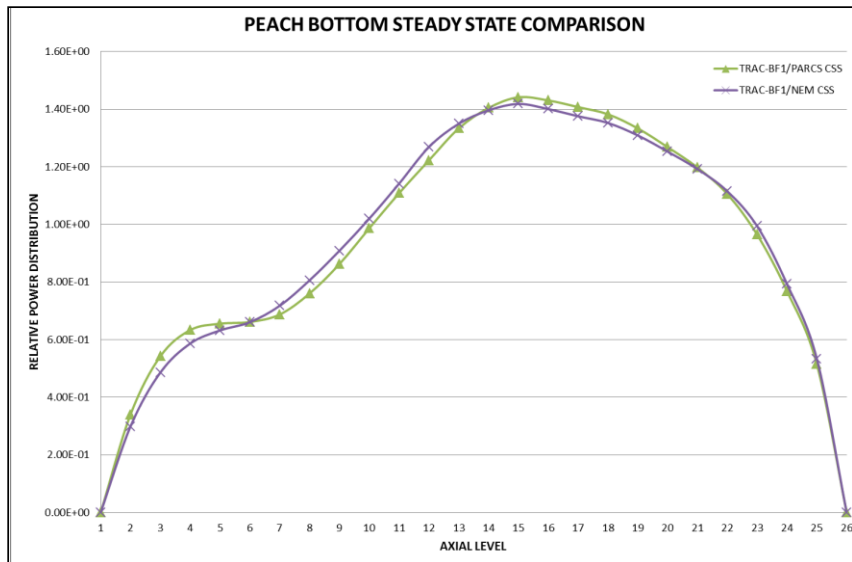


Figura 9. Distribución potencia axial entre los códigos acoplados.

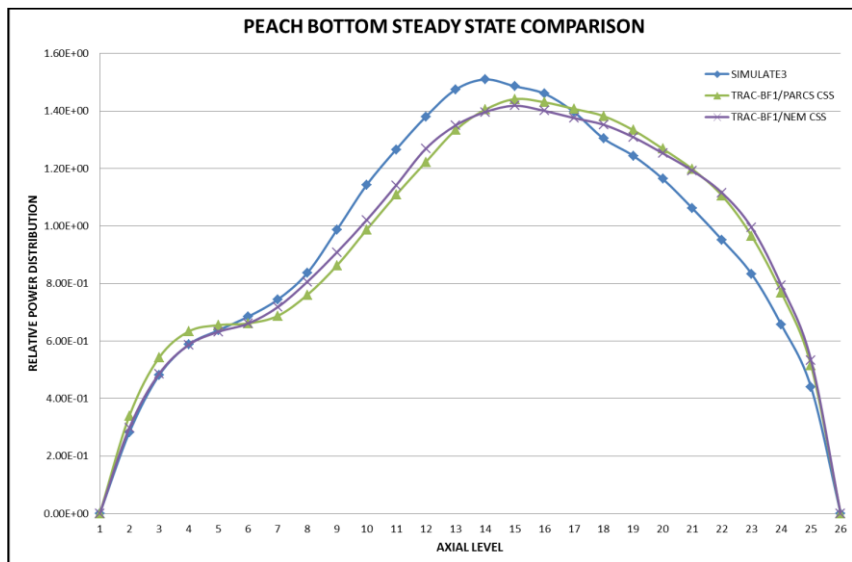


Figura 10. Distribución axial de potencia SIMULATE-3 y códigos acoplados.

La diferencia entre el perfil axial de potencia de TRAC-BF1 en modo *stand-alone* (sin acoplar) y TRAC-BF1/PARCSv2.7 ó TRAC-BF1/NEM se debe a cuestiones inherentes al cálculo. El código PARCSv2.7 emplea una neutróica 3D con unas condiciones de contorno termohidráulicas extraídas de SIMULATE-3 para los 764 elementos combustibles; por su parte los códigos acoplados hacen uso de una termohidráulica colapsada a 33 canales termohidráulicos.

Los perfiles de potencia radial obtenidos para los códigos acoplados TRAC-BF1/PARCSv2.7 y TRAC-BF1/NEM se muestran en la Figura 11. El RMS del error radial de potencia entre los códigos acoplados TRAC-BF1/PARCSv2.7 y TRAC-BF1/NEM es de 8,27% y 11,61%. La Figura 12, la cual muestra los mapas radiales de error absoluto para ambos códigos acoplados hace patente que pese a tratarse de perfiles radiales de potencia muy similares, el perfil de potencia radial correspondiente a la simulación con TRAC-BF1/PARCSv2.7 se ajusta más al

perfil de SIMULATE-3, siendo más homogéneo y sin presentar pico de potencia como en el caso de TRAC-BF1/NEM.

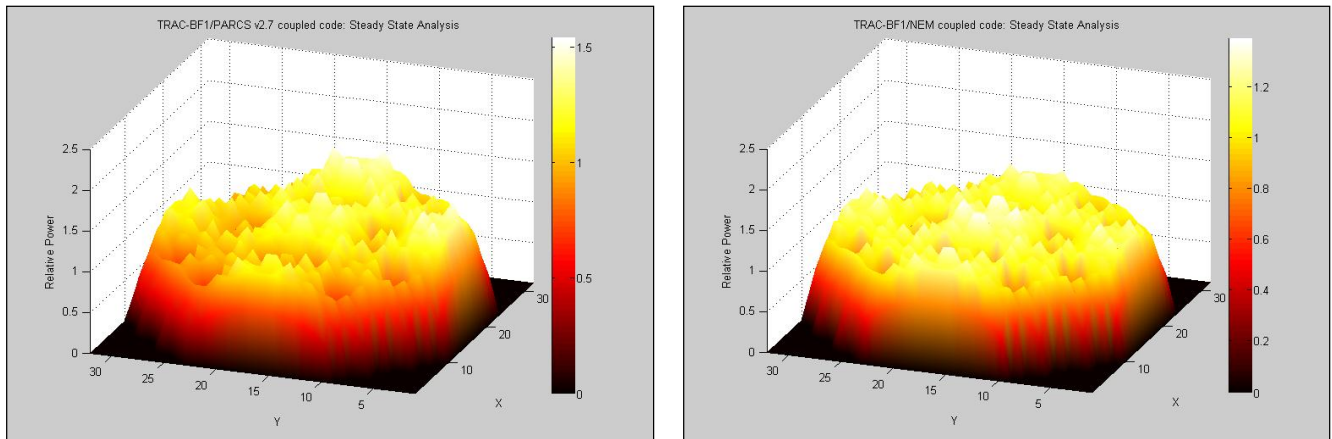


Figura 11. Distribución de potencia radial para los códigos acoplados.

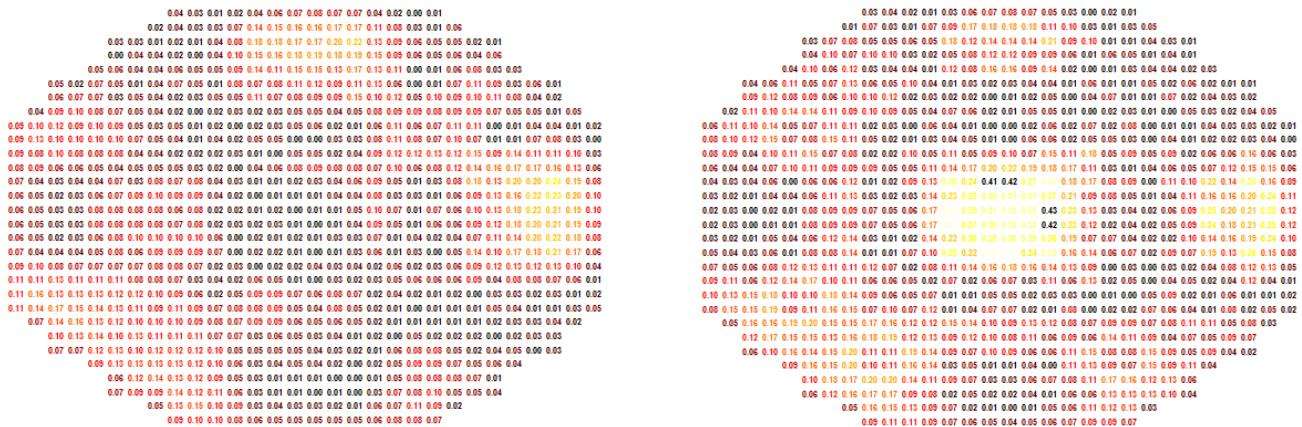


Figura 12. Error absoluto con respecto a SIMULATE-3 de TRAC-BF1/PARCS v2.7 y TRAC-BF1/NEM.

Tras haber validado el código acoplado 3D TRAC-BF1/PARCSv2.7 cabe señalar las diferencias en tiempo de simulación existentes entre los dos códigos acoplados comparados.

La Tabla 4 muestra que el tiempo de simulación para el código TRAC-BF1/PARCSv2.7 es claramente inferior con respecto al código TRAC-BF1/NEM. De esta forma hasta el momento cabe reseñar la mejora en simulación con el código acoplado 3D TRAC-BF1/PARCSv2.7 puesto que ante unos resultados para el estado estacionario similares a los obtenidos con el código acoplado TRAC-BF1/NEM, el tiempo de simulación se reduce considerablemente.

Tabla 4. Tiempos de simulación del estado estacionario para los códigos acoplados.

TRAC-BF1/PARCSv2.7	TRAC-BF1/NEM
13 h 38 min 32 seg	48 h 56 min 15 seg

3.2. Transitorio TT2: Ejercicio 3 (Escenario Extremo 2)

A continuación se muestran en la Figura 13 la evolución de la potencia durante los 5 segundos simulados del transitorio de disparo de turbina TT2. Se comparan los resultados obtenidos para los códigos acoplados TRAC-BF1/PARCSv2.7 y TRAC-BF1/NEM, así como con el código termohidráulico TRAC-BF1 (empleando cinética 1D).

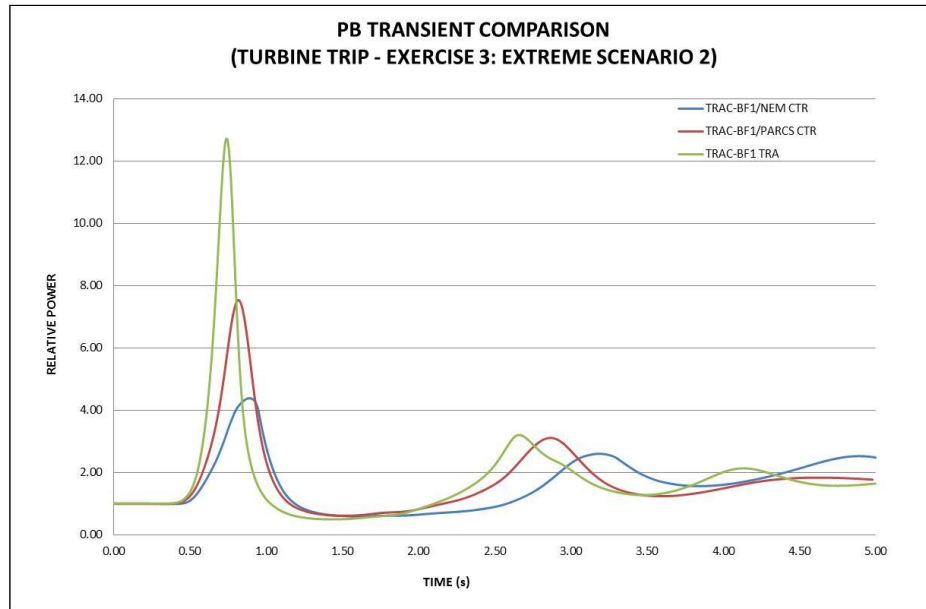


Figura 13. Evolución de la potencia relativa total en TT2 para los códigos acoplados (TRAC-BF1/PARCSv2.7 y TRAC-BF1/NEM) y el código termohidráulico TRAC-BF1 (cinética 1D).

De la figura anterior se deduce que la forma de la perturbación sufrida en el reactor es en todos los casos similar; sin embargo los valores obtenidos en cuanto a la potencia relativa en el máximo difieren entre sí lo suficiente como para no poder determinar el carácter de las simulaciones. Es por ello que se lleva a cabo la comparación de las simulaciones propuestas con respecto a los resultados obtenidos en el *benchmark* de TT2.

Comparando los resultados obtenidos con el código acoplado 3D TRAC-BF1/PARCSv2.7 con respecto al conjunto de resultados extraídos del *benchmark*, se tiene la Figura 14; de la que se extrae que la evolución de potencia obtenida mediante la simulación del transitorio con el código acoplado TRAC-BF1/PARCSv2.7 se ajusta a la potencia media obtenida en el *benchmark*. Para una mayor claridad, en la Figura 15 se muestran los valores de la potencia relativa total obtenidos a partir de las simulaciones propuestas (TRAC-BF1/PARCSv2.7, TRAC-BF1/NEM y TRAC-BF1 (con cinética 1D)), el valor medio del *benchmark*, así como con la aportación al *benchmark* por parte de la UPV (TRAC-BF1/Nodkin-3D).

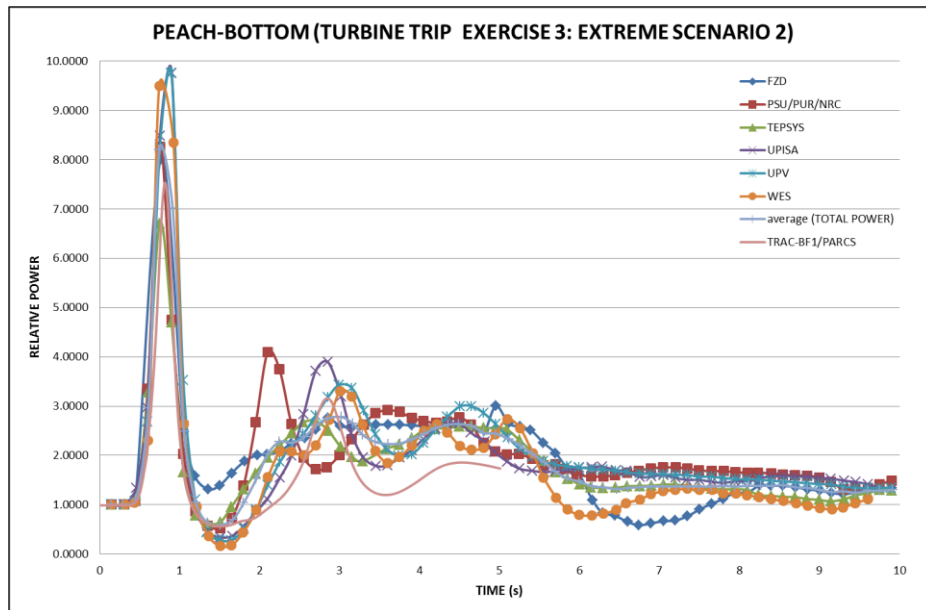


Figura 14. Potencia total relativa (*benchmark* TT2, Ejercicio 3, Escenario 2) y simulación con TRAC-BF1/PARCSv2.7.

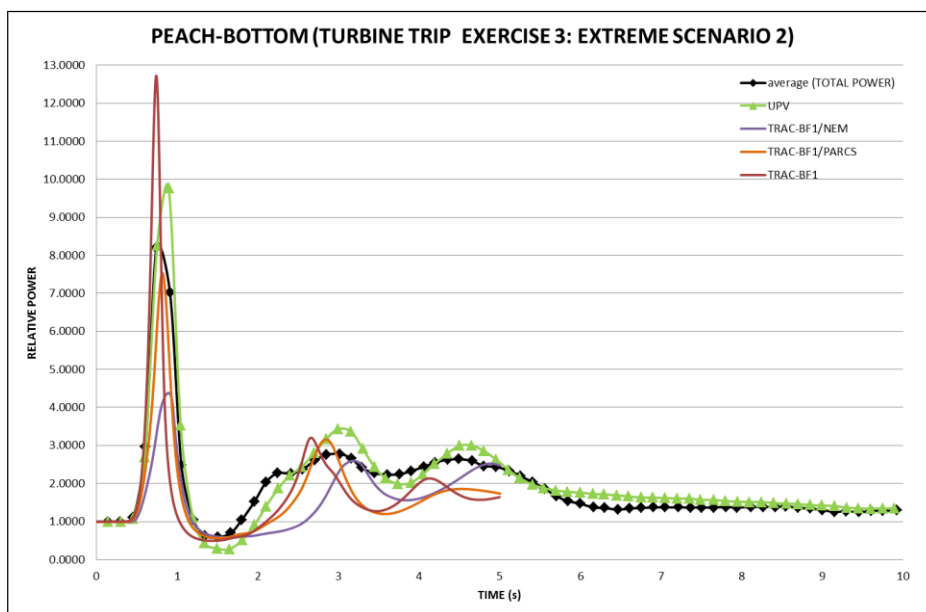


Figura 15. Resumen transitorio PB2 TT2.

Por tanto, se puede concluir que los resultados obtenidos por el código acoplado 3D TRAC-BF1/PARCSv2.7 mejoran en gran medida los resultados previos obtenidos, tanto por el código acoplado TRAC-BF1/NEM (menos preciso en el cálculo), como por el código TRAC-BF1 empleando cinética 1D (más conservador).

De igual forma que para la simulación del estado estacionario, el código acoplado TRAC-BF1/PARCSv2.7 supone unos tiempos de simulación muy inferiores con respecto al código acoplado TRAC-BF1/NEM, tal y como puede verse en la Tabla 5.

Tabla 5. Tiempos de simulación del transitorio TT2 para los códigos acoplados.

TRAC-BF1/PARCS v2.7	TRAC-BF1/NEM
3 h 06 min 30 seg	118 h 29 min 07 seg

4. CONCLUSIONES

Se ha realizado el acoplamiento entre los códigos termohidráulico TRAC-BF1 y neutrónico PARCSv2.7 para cuya verificación y cualificación se ha realizado el análisis del transitorio de disparo de turbina de la C.N. de Peach Bottom definido en el *benchmark* de la NEA: *Transient Turbine Trip. Exercise 3: Extreme Scenario 2*.

Del análisis del estado estacionario se extrae que:

1. Los modelos neutrónico y termohidráulico están ajustados de acuerdo al código de referencia SIMULATE-3 tras las simulaciones en modo *stand-alone*.
2. Las simulaciones con TRAC-BF1/PARCS v2.7 y TRAC-BF1/NEM son análogas.
3. Los resultados del estado estacionario en modo acoplado sugieren que la diferencia entre el perfil axial/radial de potencia de TRAC-BF1 en modo *stand-alone* y TRAC-BF1/PARCS v2.7 ó TRAC-BF1/NEM se debe a cuestiones inherentes al cálculo. La simulación con TRAC-BF1 se realiza con cinética 1D cuyos parámetros se han obtenido con el objetivo de ajustar los perfiles de potencia de SIMULATE-3.
4. La distribución de potencia radial resulta más homogénea con TRAC-BF1/PARCS v2.7
5. La precisión en los cálculos con los códigos acoplados se aumenta aumentando el número de canales termohidráulicos.
6. El tiempo de simulación de TRAC-BF1/PARCS v2.7 con respecto a TRAC-BF1/NEM es sensiblemente inferior.

Del análisis del estado transitorio se extrae que:

1. La evolución de la potencia total relativa obtenida con el código acoplado TRAC-BF1/PARCS v2.7 se desarrolla de acuerdo a lo esperado según los resultados de las simulaciones con TRAC-BF1 (empleando cinética 1D) y TRAC-BF1/NEM.
2. Los resultados obtenidos con el código acoplado 3D TRAC-BF1/PARCS v2.7 se encuentran dentro del rango de aceptación respecto a los resultados de los participantes en el *benchmark*.
3. La potencia relativa total media extraída del *benchmark* toma valores similares a los obtenidos con el código acoplado TRAC-BF1/PARCS v2.7.
4. El ejercicio de comparación valida los resultados obtenidos con el código acoplado TRAC-BF1/PARCS v2.7, mostrándose como una mejora sobre las simulaciones tanto

con el código TRAC-BF1 empleando cinética 1D (más conservador), como con respecto al código acoplado TRAC-BF1/NEM (cálculo menos preciso).

5. Se reducen los tiempos de simulación con respecto al código TRAC-BF1/NEM.

REFERENCIAS

- [1] Idaho National Laboratory, “TRAC-BF1/MOD1: An Advanced Best Estimate Computer Program For Boiling Water Reactor Accident Analysis. Vol 1: Model Description”, INEL, Febrero 1992.
- [2] University of Michigan, “PARCS v2.7 U.S. NRC Core Neutronics Simulator. Theory Manual”, Rockville, 2006. Idaho National Laboratory,
- [3] Solis J., Ivanov K., Sarikaya B., "Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark Volume I: Final Specifications", NEA (2001).
- [4] Akdeniz B., Ivanov K., “Boiling Water Reactor Turbine Trip (TT) Benchmark. Volume IV: Summary Results of Exercise 3”, NEA (2010)
- [5] Roselló, O., “Desarrollo de una metodología de generación de secciones eficaces para la simplificación del núcleo de reactores de agua ligera y aplicación en códigos acoplados neutrónicos termohidráulicos” Tesis, 2004.
- [6] Covington, L.J., Cronin, J.T., Umbarger, J.A., “SIMULATE-3: Advanced Three-dimensional Two-group Reactor Analysis Code” Studsvik Scandpower, Studsvik/SOA-95/15 Rev 2, 1995
- [7] PVM: Parallel Virtual Machine. "A Users' Guide and Tutorial for Networked Parallel Computing". MIT Press Scientific and Engineering Computation, Janusz Kowalik, Editor, Massachusetts Institute of Technology, 1994.